



ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА
ПО ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТИ,
ПАТЕНТАМ И ТОВАРНЫМ ЗНАКАМ

(12) ОПИСАНИЕ ИЗОБРЕТЕНИЯ К ПАТЕНТУ

(21), (22) Заявка: 2006135896/06, 10.10.2006

(24) Дата начала отсчета срока действия патента:
10.10.2006

(43) Дата публикации заявки: 20.04.2008

(45) Опубликовано: 20.01.2009 Бюл. № 2

(56) Список документов, цитированных в отчете о
поиске: US 3262856 A, 26.07.1966. RU 2246767
C2, 20.02.2005. GB 1494055 A, 07.12.1977. EP
0617430 A1, 28.09.1994. JP 2000284090 A,
13.10.2000.

Адрес для переписки:

620002, г.Екатеринбург, К-2, ул. Мира, 19,
ГОУ ВПО "УГТУ-УПИ", физико-технический
факультет, кафедра редких металлов

(72) Автор(ы):

Бекетов Аскольд Рафаилович (RU),
Васин Борис Дмитриевич (RU),
Волкович Владимир Анатольевич (RU),
Гольдштейн Сергей Людвигович (RU),
Десятник Василий Никифорович (RU),
Ничков Иван Федорович (RU),
Распопин Сергей Павлович (RU),
Сергиенко Дмитрий Александрович (RU),
Скиба Олег Владимирович (RU),
Ямщиков Леонид Федорович (RU)

(73) Патентообладатель(и):

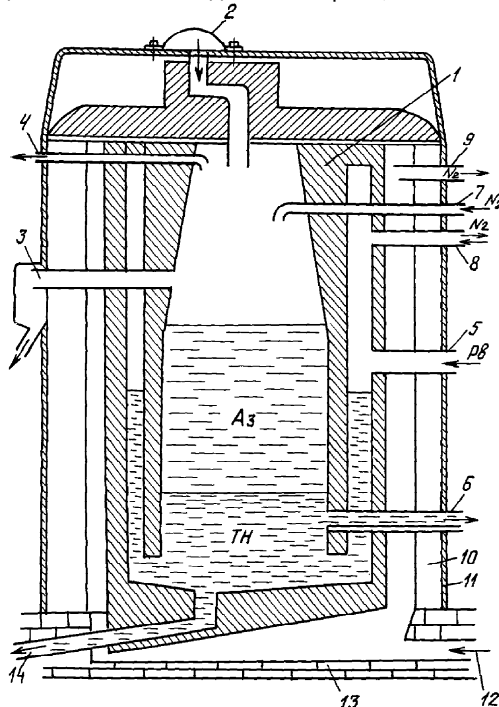
Государственное общеобразовательное
учреждение высшего профессионального
образования "Уральский государственный
технический университет-УПИ" (RU)

(54) ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР С АКТИВНОЙ ЗОНОЙ В ВИДЕ СОЛЕВОГО РАСПЛАВА

(57) Реферат:

Изобретение относится к энергетическим реакторам на быстрых нейтронах с активной зоной в виде солевого расплава. Ядерный реактор с активной зоной в виде солевого расплава имеет свинцовый теплоноситель. Теплоноситель непосредственно контактирует с активной зоной и циркулирует в первичном теплообменном контуре. Исходное ядерное топливо состоит из хлорида калия и тетрахлорида урана. Тетрахлорид обогащен по урану-235 до 24%. Предпочтительно внутренняя полость активной зоны выполняется цилиндрической, переходящей в конусообразную. Активная зона может быть опоясана через стенку из нитрида алюминия цилиндрическим слоем теплоносителя. Теплоноситель вводится тангенциально и вступает в непосредственный контакт с топливным солевым расплавом в нижней части активной зоны. Толстостенный цилиндр жидкого свинца является частью радиационной защиты. Изобретение позволяет повысить безопасность реактора, увеличивать КПД с ростом температуры теплоносителя, сократить время оборота ядерного топлива, объем и

радиоактивность отходов. 3 з.п. ф-лы, 1 ил.





FEDERAL SERVICE
FOR INTELLECTUAL PROPERTY,
PATENTS AND TRADEMARKS

(51) Int. Cl.

G21C 1/02 (2006.01)

(12) ABSTRACT OF INVENTION

(21), (22) Application: 2006135896/06, 10.10.2006

(24) Effective date for property rights: 10.10.2006

(43) Application published: 20.04.2008

(45) Date of publication: 20.01.2009 Bull. 2

Mail address:

620002, g.Ekaterinburg, K-2, ul. Mira, 19,
GOU VPO "UGTU-UPI", fiziko-tehnicheskij
fakul'tet, kafedra redkikh metallov

(72) Inventor(s):

Beketov Askol'd Rafailovich (RU),
Vasin Boris Dmitrievich (RU),
Volkovich Vladimir Anatol'evich (RU),
Gol'dshtejn Sergej Ljudvigovich (RU),
Desjatnik Vasilij Nikiforovich (RU),
Nichkov Ivan Fedorovich (RU),
Raspopin Sergej Pavlovich (RU),
Sergienko Dmitrij Aleksandrovich (RU),
Skiba Oleg Vladimirovich (RU),
Jamshchikov Leonid Fedorovich (RU)

(73) Proprietor(s):

Gosudarstvennoe obshcheobrazovatel'noe
uchrezhdenie vysshego professional'nogo
obrazovanija "Ural'skij gosudarstvennyj
tekhnicheskij universitet-UPI" (RU)

(54) NUCLEAR REACTOR WITH FISSIBLE REGION REPRESENTING SALT MELT

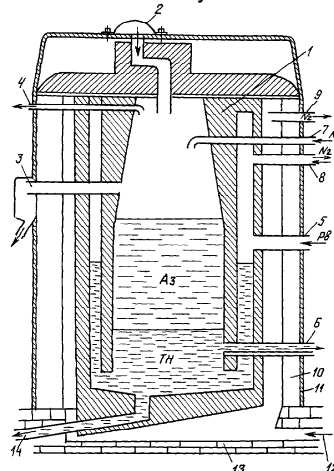
(57) Abstract:

FIELD: physics, nuclear physics.

SUBSTANCE: nuclear reactor with fissible region representing a salt melt comprises a lead heat-carrier. The heat-carrier directly contacts aforesaid fissible region and circulates in primary heat exchange circuit. Initial nuclear fuel consists of potassium chloride and uranium tetrachloride. Tetrachloride is uranium-235-enriched to 24%. Internal chamber of the fissible region is, preferably, cylindrical changing over into tapered shape. The aforesaid fissible region aluminum nitride wall is enclosed by a cylindrical layer of aforesaid heat carrier fed in tangentially to directly contact fuel salt melt at the fissible region bottom. The thick-walled cylinder of liquid lead makes a part of radiation protection.

EFFECT: higher reactor safety and efficiency

with heat carrier temperature increasing, reduced fuel circulation time, decreased radioactive waste volume and radioactivity.



Область применения

Изобретение относится к новым поколениям энергетических реакторов на быстрых нейтронах (БР), которыми давно пора вытеснить действующие тепловые реакторы с твердотельными тепловыделяющими элементами (ТВЭЛ) и тепловыделяющими сборками (ТВС). При этом в корне упрощается весь до сего времени по-настоящему не замкнутый ядерно-топливный цикл (ЯТЦ). Поискам наиболее безопасных, экологических и экономичных концепций энергетических ядерных реакторов посвящено предлагаемое решение - устройство БР.

Уровень техники

Еще на Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1958) было опубликовано о разработках тепловых реакторов с активной зоной (АЗ) в виде расплавленных фторидов (доклад Х.Мак-Ферсона и др. №605). В 1965 г. в Окриджской национальной лаборатории достиг критичности реактор MSRE-10 на тепловых нейтронах с АЗ в виде расплава $\text{Li}^7\text{F}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-\text{UF}_4$. Этот же расплав циркулировал в качестве теплоносителя. Очень полезный длительный опыт эксплуатации этого реактора убедительно подтвердил многие преимущества использования солевых расплавов в качестве ядерного топлива (ЯТ).

Основные из преимуществ:

- * беспредельная радиационная стойкость полностью ионизированного расплава ЯТ. Даже самые жесткие β - и γ -излучения способны вызвать лишь некоторые лабильные изменения структур, существенно не меняющие их свойства,

- * внутренняя безопасность, обусловленная отрицательным коэффициентом реактивности при повышении температуры,

- * возможность периодической оптимизации изотопного и массового состава ЯТ без остановки реактора,

- * давления над жидкосолевым ЯТ мало отличаются от атмосферного,

- * отпадает необходимость производства ТВЭЛов и ТВС,

- * на упомянутом ЯР MSRE-10 был достигнут достаточно высокий для реакторов на тепловых нейтронах коэффициент воспроизводства делящихся ядер (КВ), равный 1,05 - 1,07.

К серьезному недостатку этого реактора следует отнести использование фторидного расплава, содержащего делящийся материал, в качестве теплоносителя. В этом случае циркулирующее ЯТ заполняет коммуникации и насосы. Содержание его в теплообменных системах может в 2-3 раза превышать необходимое для поддержания цепной реакции в АЗ. Высокая радиоактивность направляемого в теплообменный контур солевого расплава требует дополнительных мер защиты, в том числе и от потока какой-то доли запаздывающих нейтронов, покидающих АЗ.

С учетом сказанного, можно отдать предпочтение реактору, в котором солевое топливо находится только в АЗ. Конструкция такого реактора запатентована Беттисом Е.С. в 1966 г. (E.S. Bettis, Fused - Salt - Fueled, Molten - Metal - Cooled Power breeder system, patent US 3262856, 26 Juli, 1966). Это тепловой реактор - размножитель, в котором теплоноситель - жидкий свинец непосредственно контактирует с материалом АЗ (Li^7F - 68%, BeF_2 - 31%, UF_4 - 1%) и зоны воспроизводства (Li^7F - 71%, ThF_4 - 29%). На поверхности жидкого свинца «плавают» разделенные между собой АЗ и зона воспроизводства (ЗВ). Для теплосъема свинец прокачивают через обе зоны. Конструкция реактора сильно осложнена значительным количеством в АЗ графитового замедлителя и трубок для циркуляции свинцового теплоносителя.

Недостатков описанного решения (прототипа) можно избежать, если перейти на использование быстрых нейтронов. Однако высокая концентрация ионов фтора в расплаве приведет к существенному замедлению нейтронов настолько, что спектр нейтронов вряд ли можно отнести к быстрым.

Раскрытие изобретения

Предлагаемый нами ЯР должен работать на хлоридном топливе и быстрых нейтронах с

энергией образования их в реакциях деления урана-235, т.е. более одного МэВ.

Использование хлоридов в качестве ядерного топлива целесообразно, т.к. изотопы хлора, по сравнению с фтором, заметно хуже замедляют нейтроны, что приведет к большему сохранению спектра быстрых нейтронов и в конечном счете к повышению коэффициента воспроизводства делящихся ядер плутония - 239. Использование хлоридов дает еще и другие выгоды: хлоридные расплавы представляют собой готовый электролит, и впоследствии его можно реализовать в коротком топливном цикле (КТЦ) переработки расплавленного оборотного ядерного топлива (ОЯТ), используя разнообразные достаточно хорошо освоенные безводные методы высокотемпературной электрохимии, сокращающие объем и активность отходов.

В качестве примера конструктивного решения предлагаем схематическое описание быстрого опытного реактора мощностью 400 МВт_{эл} (БОРС-400) с исходным наполнением АЗ солевым расплавом KCl-UCl₄. В контакте с теплоносителем - свинцом установится равновесие: $2U^{4+} + Pb = 2U^{3+} + Pb^{2+}$, а

точнее: $2UCl_6^{2-} + Pb + 2Cl^- = 2UCl_5^{2-} + PbCl_4^{2-}$, в результате чего солевая система становится четырехкомпонентной: KCl-UCl₄-UCl₃-PbCl₂, в которой содержится при 24% обогащении урана (мас.%): K - 4,7; U²³⁵ - 11,5; U²³⁸ - 36,7; Pb - 9,6; Cl - 37,5. При температуре в АЗ 750°C плотность этого ионного расплава составит 3,1 г/см³.

Приблизительные расчеты показали, что реактор достигнет критичности, т.е. может начаться цепная реакция при диаметре и высоте АЗ, равных двум метрам. Масса АЗ составит 19500 кг. Из них урана 9400 кг (из которого U²³⁵ = 2246 кг). Если принять, что преобразование тепла в электрическую энергию будет с кпд = 34%, энергонапряженность в АЗ составит 187,4 кВт/литр. Это сравнительно скромная величина. В некоторых действующих реакторах она достигает 500-700 кВт/л. Внутренняя безопасность реактора обеспечивается формой его АЗ. Из цилиндрической она переходит в коническую. При несанкционированном «разгоне» (например, из-за недостаточной интенсивности отвода тепла) и увеличении объема расплава он станет заполнять объем конической части и реактивность из-за того, что больше нейтронов будут покидать АЗ, понизится.

Реактор должен быть выполнен из высокопрочных материалов, обладающих радиационной стойкостью, а там, где они контактируют с расплавленными солями АЗ и свинцовым теплоносителем, - хорошей совместимостью при нагреве до 1000°C. Для футеровки внутренних полостей БРС нами предлагается новый материал - нитрид алюминия, технология производства которого разработана в УГТУ - УПИ. AlN обладает хорошей теплопроводностью, устойчив до 2400°C.

Другая особенность БРС заключается в том, что предусмотрено два контура теплосъема: основной - тракт свинцового теплоносителя с температурой на входе 400°C и на выходе 750°C, вспомогательный - тракт азота, циркулирующего в предусмотренной для этого «рубашке» с температурой на входе 200°C и на выходе 700°C. Этот тракт используется и для начального разогрева АЗ подачей нагретого до 700°C азота. В теплоэнергетической части отбираемое от носителей тепло можно использовать совместно.

Ядерным топливом в виде хлоридов АЗ пополняется периодически не чаще, чем через месяц. Поскольку КВ больше единицы, в состав ЯТ должен вводиться U²³⁸ в виде обедненного (отвального) урана.

Расход U²³⁵ составит примерно 1200 г/сутки, а воспроизводство Pu²³⁹ более 1300 г/сутки.

Селекция радионуклидов деления (РНД) начинается с пуском реактора. Изотопы криптона и ксенона отводятся вместе с азотом, заполняющим пространство над зеркалом АЗ. Смесь охлаждается; известными методами термодиффузии из нее выделяют криптон и ксенон, фиксируя их на криосорбентах для хранения до спада активности.

Важные электрохимические процессы, протекающие на границе расплава АЗ - свинец, строго обусловлены окислительно-восстановительным потенциалом $\varphi_{U^{4+}/U^{3+}}$, а это

значит, что ионы элементов, потенциал выделения которых электроположительнее потенциала перезаряда четырехвалентного урана до трехвалентного, восстанавливаются до металлического состояния и растворяются в свинце либо образуют в нем суспензию. К таким элементам среди РНД относятся изотопы: ниобия, молибдена, технеция, рутения, родия, палладия и серебра. Доля изотопов этих металлов составляет около 25 мас.% от всех продуктов деления. Их переход из солевой фазы в металлическую значительно снижает уровень радиоактивности ядерного топлива АЗ и позволяет извлекать эти ценные металлы при периодическом рафинировании свинцового теплоносителя.

Что касается электроотрицательных РНД, остающихся в солевой фазе, полезна длительная задержка их в интенсивных нейтронных потоках АЗ ($\geq 4 \cdot 10^{15}$ нейтр./см²·с). Захватывая нейтроны, через один-два β -распада они становятся стабильными. Самый интересный пример сказанного: $^{137}_{55}\text{Cs}$, имеющий период полураспада более 30 лет, приобретая нейтрон, переходит в $^{138}_{55}\text{Cs}$, у которого период полураспада всего 33 мин и который трансмутирует в стабильный $^{138}_{56}\text{Ba}$. Подобные трансмутации происходят с $^{90}_{38}\text{Sr}$, $^{95}_{40}\text{Zr}$, $^{129}_{53}\text{J}$ и другими изотопами - РНД. Трансмутация существенно снизит уровень радиоактивности отходов (РАО) при переработке ЯТ.

Решаемая задача

Резкое улучшение экономических показателей использования энергии делящихся ядер за счет увеличения степени их выгорания и коэффициента использования установленной мощности (КИУМ) БР за счет отсутствия необходимости остановок для замены ЯТ.

Технические результаты

Повышение безопасности ЯР; увеличение кпд с ростом температуры теплоносителя; сокращение времени оборота ЯТ (оно не «остывает» и не выдерживается годами в бассейнах, сухих хранилищах и т.п.); сокращение объема и радиоактивности отходов.

Приложение 1. Схема предлагаемого устройства солевого реактора на быстрых нейтронах (БРС)

Обозначения к схеме БРС:

АЗ - активная зона (расплав хлоридной системы)

ТН - свинцовый теплоноситель

1 - футеровка из нитрида алюминия

2 - герметичный шлюз для загрузки ядерного топлива

3 - герметичный шлюз для вывода ОЯТ

4 - вывод газов (азота, криптона, ксенона)

5 - подача теплоносителя - свинца

6 - вывод ТН к теплообменникам

7 - подача чистого азота в пространство над АЗ

8 - ввод и вывод чистого азота

9 - отвод технического азота к теплообменникам

10 - радиационная защита и теплоизоляция

11 - корпус реактора

12 - подача технического азота для охлаждения (нагрева)

13 - фундамент

14 - отбор свинца для рафинирования

Приложение 2. Сопоставление прототипа с предлагаемым решением

Вид изобретения: ядерный реактор - устройство для преобразования энергии деления ядер урана в тепловую.

Прототип: Е.С.Беттис, патент США 3262856, 26.07.1966 г.

Признак	Прототип	Предлагаемое решение
1. Энергия нейтронов	Тепловые	Быстрые
2. Состав ядерного топлива (ЯТ)	Смесь фторидов лития (Li^7) и урана	Смесь хлоридов калия и урана
3. Температура в АЗ	400 - 500°C	700 - 800°C

4. Состав зоны воспроизводства (ЗВ)	Смесь фторидов лития (Li^7) и тория	Не предусмотрена
5. Материал футеровки полостей	Сплавы на основе никеля	Нитрид алюминия
6. Теплоноситель первичного контура	Свинец	Свинец
7. Способ теплосъема	Циркуляция через трубки и непосредственный контакт расплава фторидов АЗ со свинцом	Циркуляция свинца в полости, непосредственный контакт расплава хлоридов АЗ со свинцом и отвод тепла азотом

Формула изобретения

1. Ядерный реактор с активной зоной в виде солевого расплава со свинцовым теплоносителем, непосредственно контактирующим с активной зоной и циркулирующим в первичном теплообменном контуре, отличающийся тем, что исходное ядерное топливо состоит из хлорида калия и тетрахлорида урана, обогащенного по урану-235 до 24%.

2. Реактор по п.1, отличающийся тем, что внутренняя полость его активной зоны цилиндрическая, переходящая в конусообразную.

3. Реактор по п.1, отличающийся тем, что активная зона опоясана через стенку из нитрида алюминия цилиндрическим слоем теплоносителя, вводимого тангенциально и вступающего в непосредственный контакт с топливным солевым расплавом в нижней части активной зоны.

4. Реактор по п.1, отличающийся тем, что толстостенный цилиндр жидкого свинца является частью радиационной защиты.



ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА
ПО ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТИ,
ПАТЕНТАМ И ТОВАРНЫМ ЗНАКАМ

(12) ИЗВЕЩЕНИЯ К ПАТЕНТУ НА ИЗОБРЕТЕНИЕ

ММ4А - Досрочное прекращение действия патента СССР или патента Российской Федерации на изобретение из-за неуплаты в установленный срок пошлины за поддержание патента в силе

(21) Регистрационный номер заявки: 2006135896

Дата прекращения действия патента: 11.10.2008

Извещение опубликовано: 20.05.2010 БИ: 14/2010
